

Приведен обзор современного состояния проблемы термоядерного синтеза и обсуждены перспективы создания термоядерной энергетики.

УДК 533.9

**В. И. Карась**, докт. физ.-мат. наук,  
Национальный научный центр  
«Харьковский физико-технический  
институт» Национальной академии  
наук Украины,  
e-mail: [karas@kipt.kharkov.ua](mailto:karas@kipt.kharkov.ua)

## **ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ: СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ ЭНЕРГЕТИКИ**

Термоядерное сообщество сейчас готово сделать следующий шаг – провести совместный международный эксперимент на ITER (МТЭР). Цель МТЭР – показать, что термоядерный синтез может быть использован для производства электрической энергии, и получить необходимые данные для создания и функционирования первой производящей электрическую энергию станции.

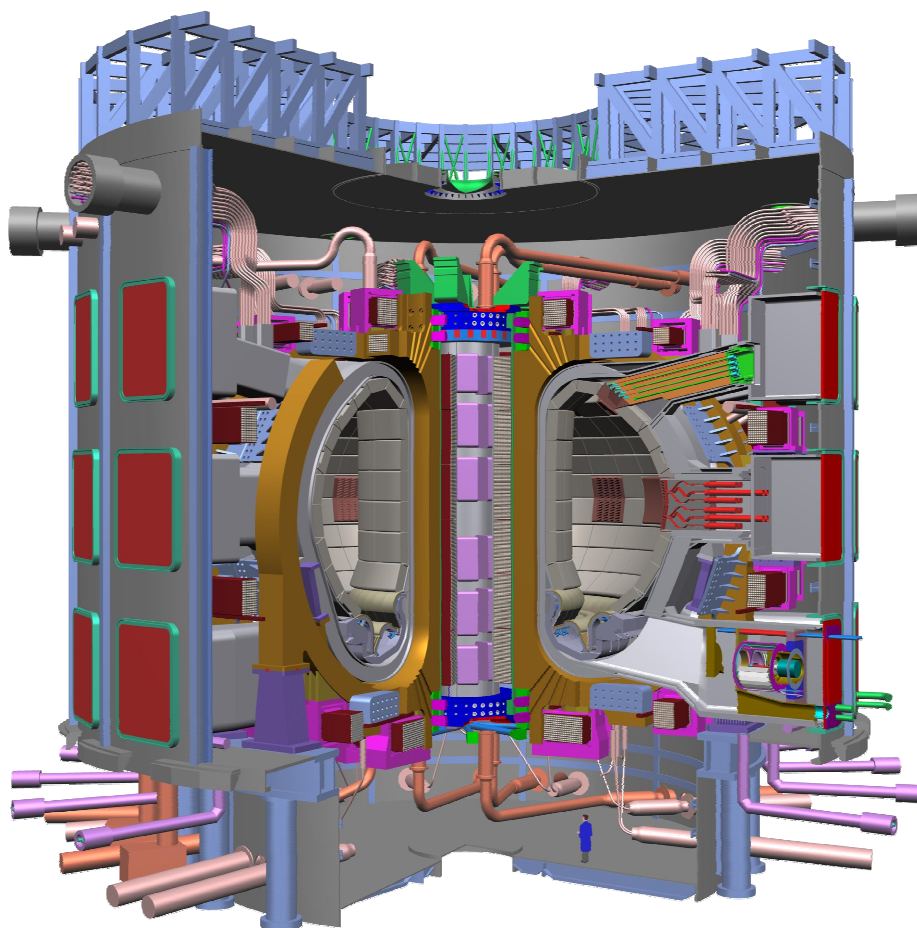


Рис. 1. - Схема МТЭР (ITER)

В МТЭР ученые будут изучать плазму в условиях, подобных ожидаемым в генерирующей электроэнергию станции. Будет получено 500 МВт термоядерной мощности на временах, в десятки раз превосходящих времена ввода энергии,

необходимой для удержания плазмы при необходимых температурах. Таким образом, это будет первый эксперимент по производству «чистой» энергии. А также тест для проверки многих технологий, включающий нагрев, управление, диагностику и стабильное функционирование, что будет необходимо для реальной термоядерной электростанции.

Стоимость конструкции МТЭР оценивается в 5 миллиардов евро за 10 лет и следующие 5 миллиардов евро предусматриваются на двадцатилетний период его функционирования. Вклад партнеров по МТЭР в большей части составляют расходы на компоненты машины.

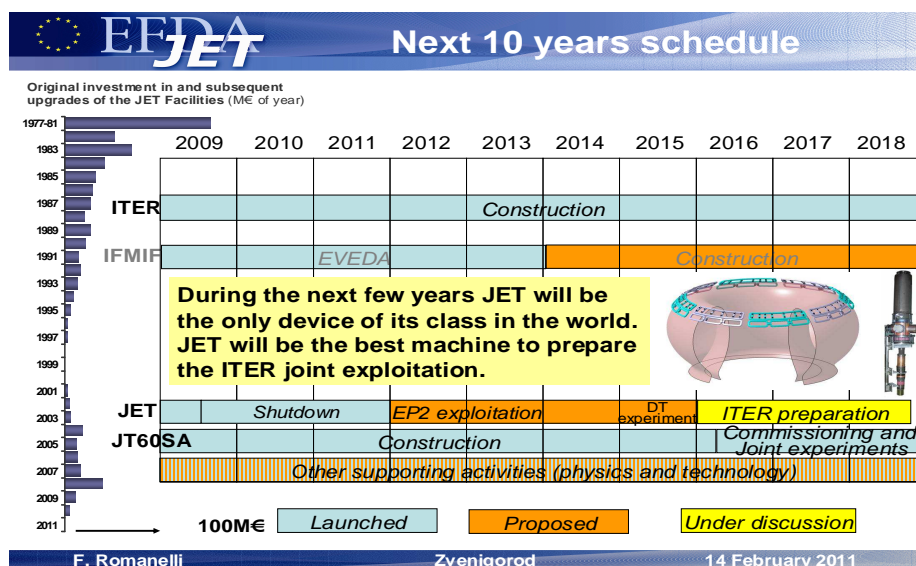


Рис. 2. - График функционирования JET в ближайшие 8 лет.

Тор Объединенной Европы (ТОЕ)-JET является наибольшим, находящимся в рабочем состоянии токамаком, и только он способен функционировать, используя тритий и бериллий. Программа JET в основном сфокусирована на консолидации выбора проекта ITER и подготовке функционирования ITER.

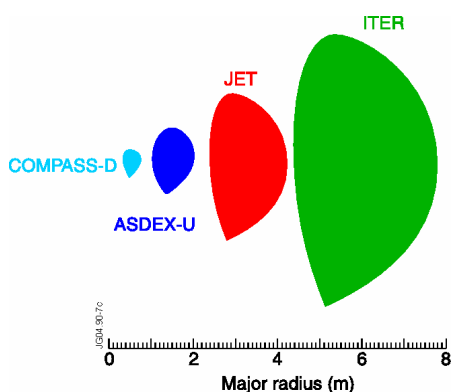


Рис. 3. - Поперечные сечения существующих токамаков с D-образным сечением в сравнении с проектом ITER

Наиболее перспективными для сотрудничества представляются:

Токамак ИГНИТОР – токамак, спроектированный в Италии для достижения условий зажигания термоядерных реакций в основном за счет омического нагрева

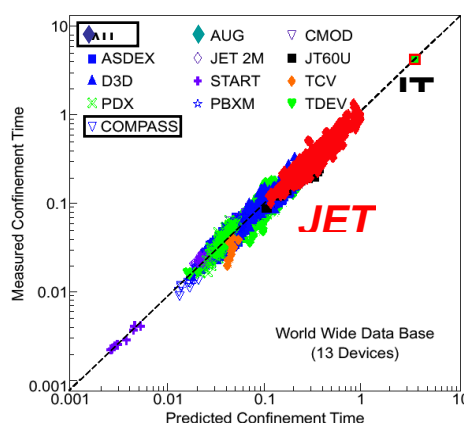


Рис. 4. - Времена удержания энергии плазмы

плазмы протекающим током в сильном магнитном поле. Токамак ИГНИТОР планируется разместить в ТРИНИТИ в зале с биозащитой на комплексе ТСП. Россия обеспечивает токамак системами питания, криогеники, диагностики, организацию и проведение программы научных исследований совместно с Италией и, возможно со США, (процессы инициирования термоядерных реакций, включая влияния  $\alpha$ -частиц на процессы удержания плазмы в токамаке, управление термоядерными реакциями и др.);

Токамак КТМ (Казахстан, компактный токамак, спроектированный и изготовленный в России, предназначенный для исследования физики компактных конфигураций в квазистационарном режиме, изучения и испытания материалов первой стенки и дивертора и др.).

Токамак JET (Англия, дополнительный нагрев, управление профилями поддержание неиндуктивного тока, разработка эффективных сценариев стационарного режима термоядерного горения, материалы и технологии первой стенки, диагностика и др.).

Токамак TOR-SUPRA (Франция, поддержание стационарного режима с высокими параметрами плазмы, сценарии и технологии ВЧ-нагрева, технология первой стенки, проблемы срыва тока, тестирование и разработка кодов дополнительного нагрева и поддержания неиндуктивного тока, диагностики, управление стационарными режимами и др.).

Токамак FTU (Италия, материалы и технологии первой стенки, технологии криореистивных электромагнитных систем, диагностики и процессы в плазме высокой плотности и др.).

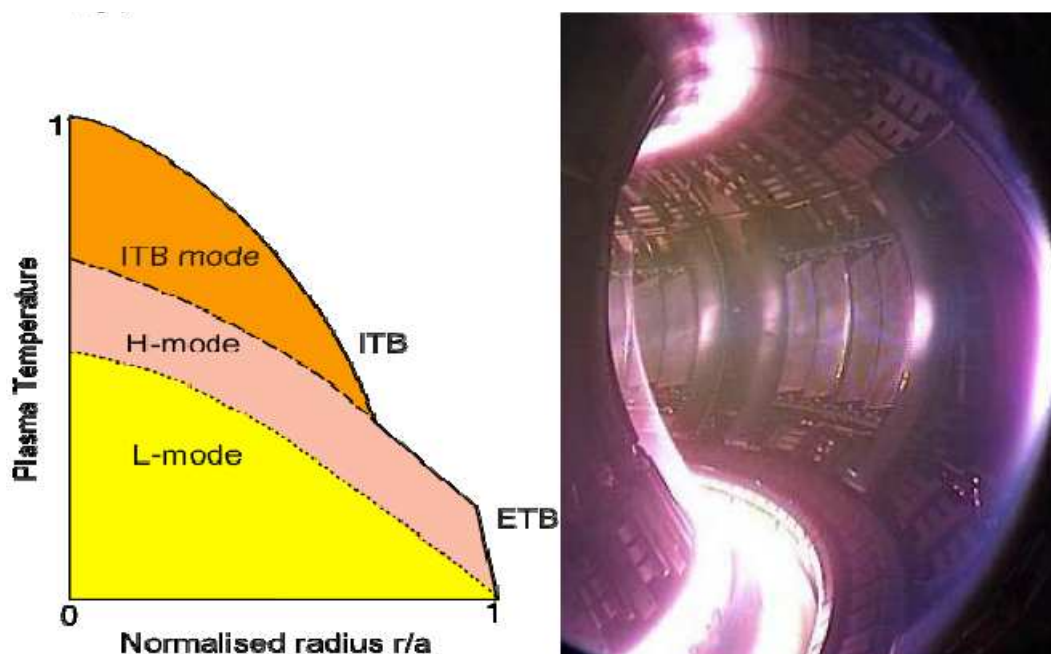


Рис. 5. - Распределение в различных режимах температуры плазмы по сечению JET (слева), поперечное сечение JET (справа).

Токамак MAST (Англия, плазменные процессы в компактных токамаках, дополнительный нагрев плазмы, вывод на стационарный режим, проблемы срыва тока, диагностики и др.).

Токамак DIII-D (США, инжекционный нагрев плазмы и поддержание неиндуктивного тока, разработка эффективных сценариев возбуждения и поддержания термоядерных реакций в токамаках, управление профилями, процессы на первой стенке и в диверторе, разработка и тестирование кодов, диагностики и др.).

Токамак JT-60SU (Япония, выход на поддержание стационарного режима плазменного шнура, дополнительный нагрев плазмы и поддержание неиндуктивного тока, диагностики и др.).

Возможно также сотрудничество с Китаем (установки EAST, LT-2), Южной Кореей (KSTAR).

Существенные капиталовложения (около 60 миллионов евро) сделаны в течение последних трех лет. Программа «усиления» JET, которая завершается в начале 2011, трансформирует JET в новую машину с существенно улучшенными параметрами. Компоненты, окружающие плазму имеют ту же комбинацию материалов, что и предусматриваемая для ITER в течение его термоядерной фазы (бериллий в основной камере и вольфрам в диверторе). The Мощность пучков нейтралов от настоящего уровня 20МВт в коротком импульсе до 30 МВт в длинном импульсе. Эти «усиления» коснулись ионно-циклотронного нагрева, управляющей плазмой системы, уже протестированной в 2009, возможностей JET диагностики, также существенно обновленной.



Рис. 6. - Внешний вид комплекса JET

JET продемонстрировал в 1997 производство энергии термоядерного синтеза на уровне условий, близких к стационарному термоядерному горению. Новая дейтерий-тритиевая кампания ожидается в 2015. В этой ситуации, JET будет способен функционировать в ITER –режимах работы в условиях, как можно более близких к ITER.

Около 350 ученых из всех Европейских лабораторий работают на JET по соглашению о развитии Европейской программы термоядерного синтеза (EFDA). Дополнительно около 100 международных научных коллабораторов задействованы в программе JET. Таким образом, JET будет наилучшей установкой для старта и развития коллаборации среди различных ITER партнеров, которая продолжится и на самом ITER.

Эксперименты на JETe имели своей целью в основном выработку рекомендаций по оптимизации рабочих сценариев ITER и принятию решений относительно конструкции его элементов. Были достигнуты значительные результаты, среди которых хотелось бы отметить следующие:

- (i) Получен H-режим при токе омического нагрева 4.5 МА;



(ii) При одновременном нагреве (NBI + ICRF) удержание плазмы в H-режиме не зависело от соотношения мощностей систем нагрева. Этот гибридный сценарий был осуществлен при высокой треугольности и длительности импульса нагрева, сопоставимой с резистивным временем релаксации;

(iii) Сценарий с оптимизированным широм также был отработан, при одновременном достижении стационарных условий для всех других параметров ITER;

(iv) Был продемонстрирован эффективный контроль пилообразных колебаний с помощью быстрых ионов, создаваемых при ICRF (ионном циклотронном высокочастотном) -нагреве;

(v) Исследования по контролю ELM с использованием внешних возмущений магнитного поля с  $n = 1$  и  $m = 2$  показали резонансное подавление ELM частот для некоторых значений  $q_{95}$ . Полное подавление ELM, однако, не наблюдалось, даже с параметром Чирикова больше 1;

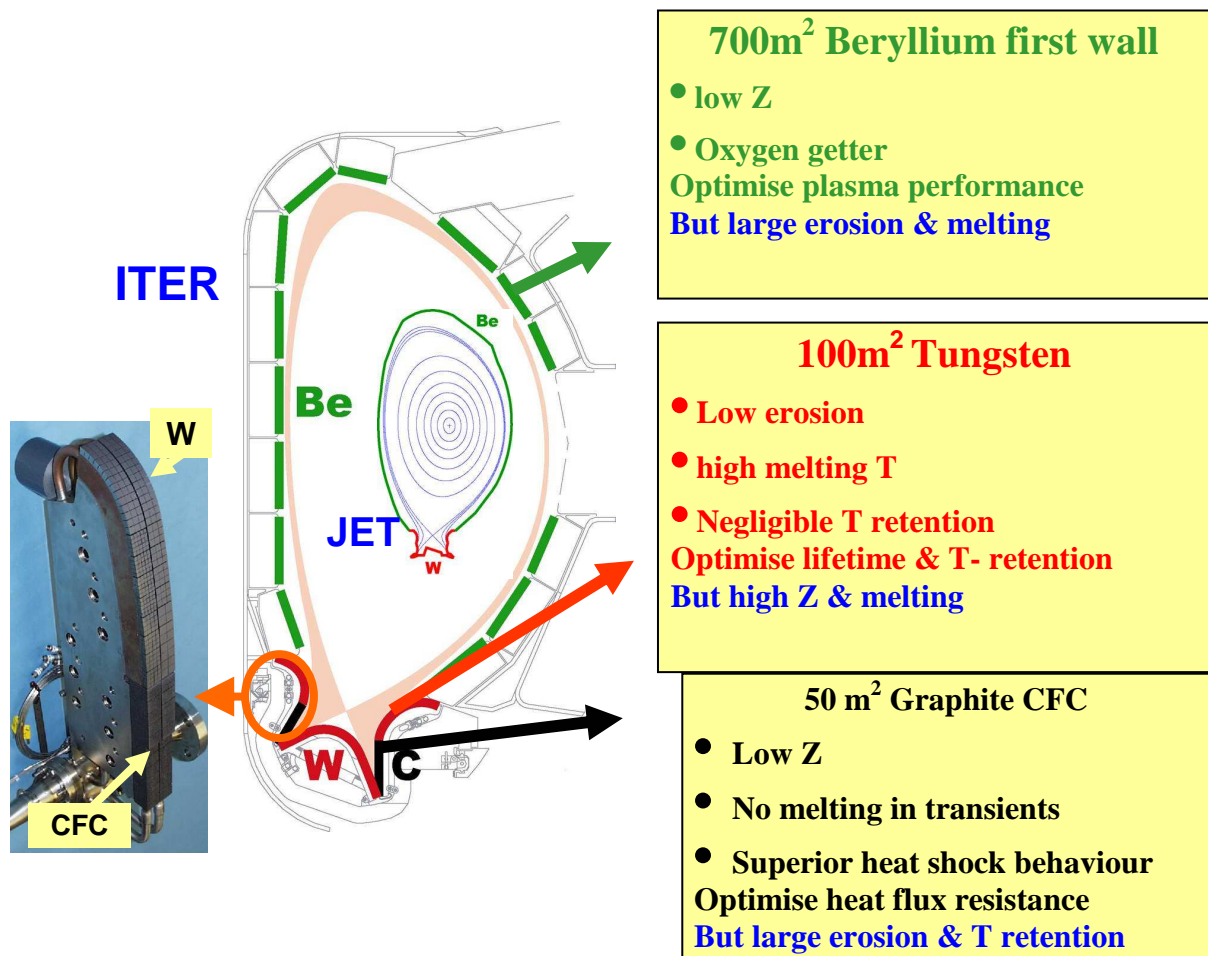


Рис. 7. - Схема размещения защитных панелей в JET и ITER.

(vi) Было показано, что для создания ELM, пеллеты должны быть достаточно большими и быстрыми, чтобы достигнуть верхней части пьедестала;

(vii) При исследовании срыва плазмы было показано, что интенсивный напуск газа ведёт к тому, что радиационные потери на стадии до срыва могут составить до 50% тепловой энергии, а во время срыва - 20%. Halo-токи могут быть уменьшены на 60% при использовании смеси аргон / дейтерий или неон / дейтерий, и при этом можно избежать образования убегающих электронов.

(viii) Во время экспериментальной кампании, посвященной ICRH антенне ITER были достигнуты следующие результаты: тестированы системы контроля и настройки антенны, проверена ELM устойчивость системы, опробован новый метод регистрации искрений в антенне, опробованы режимы её эксплуатации при высокой плотности RF мощности ( $6,2 \text{ МВт/м}^2$ ) и высоком напряжении на антенне ( $> 40 \text{ кВ}$ ). Результаты измерений параметров антенны находятся в очень хорошем согласии с результатами моделирования при помощи кода TOPICA.

С октября 2009 года на JET ведётся модернизация: проводится установка новой стенки и более мощной системы NBI. Новая стенка будет состоять из углеродных материалов (CFC), бериллиевых плиток и вольфрамового дивертора. Планируется увеличение мощности NBI до 34 МВт при длине импульса до 20 с. В конце прошлой экспериментальной кампании была успешно протестирована новая система вертикальной стабилизации плазмы. Планируемая модернизация JET закончится в начале 2011 года. Вскоре после этого планируется новая экспериментальная кампания.

В ITER, также как и в любом токамаке, первая стенка и дивертор должны обеспечить защиту конструкций, расположенных внутри вакуумного объема, съем энергии плазмы и должны быть совместимы с требованиями по примесному составу плазмы. Эти функции приобретают новое качество в проекте термоядерного реактора, соединяющего длинный плазменный разряд, долговую работоспособность и работу при высокой мощности с жесткими ограничениями на разрешенный уровень примесей. Материалы, соприкасающиеся с плазмой, должны выдерживать импульсные нагрузки, энергия которых несопоставима с нагрузками на существующих плазменных установках, и, при этом, должны иметь достаточный ресурс, чтобы избежать частой замены компонентов. Учитывая низкую степень выгорания трития, ITER придется организовать эффективный оборот откачанного трития в системе подпитки топливом, обеспечивая, при этом, поглощение дорогого трития в камере на очень низком уровне. В дополнение, материалы должны устойчиво работать одновременно в нейтронных потоках и при больших импульсных тепловых плазменных нагрузках. Уровень проработки этих задач показывает, что взаимодействие плазмы с материалами в ITER является ключевой проблемой к достижению условий зажигания и поддержания термоядерной реакции в течение сотен секунд или больше.

Желание создать ITER в короткие сроки, приводит к необходимости принимать решения по выбору материалов сейчас, даже в отсутствии данных, которые могут гарантировать правильный выбор. Однако ITER, как экспериментальная установка, будет иметь достаточную гибкость в выборе материалов, по результатам их испытаний вне и внутри ITER, и принятия решений по управлению физическими процессами в пристеночной плазме. По мере накопления данных во время работы ITER возможны изменения в конструкции отдельных систем дивертора и первой стенки.

Хотя используемые технологические знания по стойкости материалов в больших потоках энергии дают уверенность в создании термоядерного реактора, есть некая степень неопределенности в физике, которая должна быть уменьшена сначала на стадии строительства, а затем во время работы ITER. Решение ряда проблем ITER, таких как оценка удельной энергии, выходящей на материалы, соприкасающиеся с плазмой, на стационарной стадии разряда, во время ELM и срывов, оценка «времени жизни» этих материалов, миграция распыленного материала по камере, поглощение трития в материалах и продуктах эрозии, создание методов очистки камеры от трития, образования пыли – находится за пределами возможностей и опыта современных токамаков. И основной вопрос – какие материалы могут использоваться в ДЕМО после ITER. Выбор материалов имеет принципиальное значение для создания термоядерной

энергетики и решить эту проблему можно только с помощью экспериментов на ITER, совместно с программой облучения материалов потоками быстрых нейтронов.

Цель доклада – не только описать ключевые проблемы взаимодействия «плазма – стенка», начиная с конструкции первой стенки и дивертора, выбора материалов, описания физических явлений, влияющих на этот выбор и заканчивая достижениями в этой области, которые ожидаются в годы, предшествующие получению первой плазмы на ITER. В докладе так же будет отражен вклад российских организаций в создание российских частей первой стенки и дивертора ITER.

Российская программа УТС прежде всего должна поддерживать стратегическое направление – «чистую» термоядерную энергетику. Вместе с этим, на основе прогресса в термоядерных исследованиях, признано необходимым развивать гибридные (синтез-деление) системы для решения задач ядерной энергетики 21 века.

На основе рекомендаций комиссии С.В.Мирнова РНЦ Курчатовский институт и ГК «Росатом» разработали предложения по развитию научно-технологической базы термоядерной энергетики России до 2020 г. Эти предложения были рассмотрены в Правительстве и одобрены для их реализации в рамках средств, выделенных в ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения...» и других программ.

Наиболее актуальной задачей в этих предложениях было создание современного токамака Т-15МД мирового уровня в РНЦ КИ и модернизация токамака Глобус-М в ФТИ им. А.Ф.Иоффе. Токамак Т-15МД должен быть базой не только для поддержки программы ИТЭР, но и водородным прототипом источника термоядерных нейтронов (ТИН). К 2020 году планируется не только проведение исследований в квазистационарном режиме плазмы с реакторными параметрами, но и создание демонстрационного ТИН с соответствующей стационарной технологией.

Современный этап развития исследований по инерционному удержанию характеризуется завершением строительства в США крупных установок по лазерному синтезу и Z-пинчам.

Схемы сжатия электромагнитным излучением термоядерной мишени показаны на рис. 8.

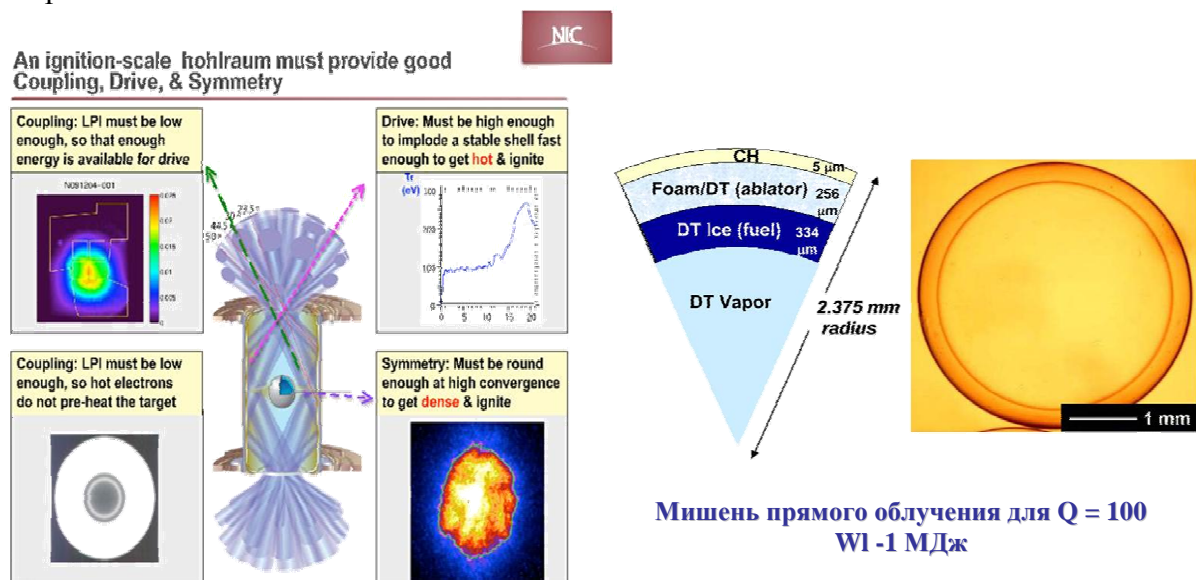


Рис. 8. - Схема непрямого (слева) и прямого (справа) сжатия мишени.

# СХЕМЫ ОБЛУЧЕНИЯ МИШЕНИ ДЛЯ ИТС

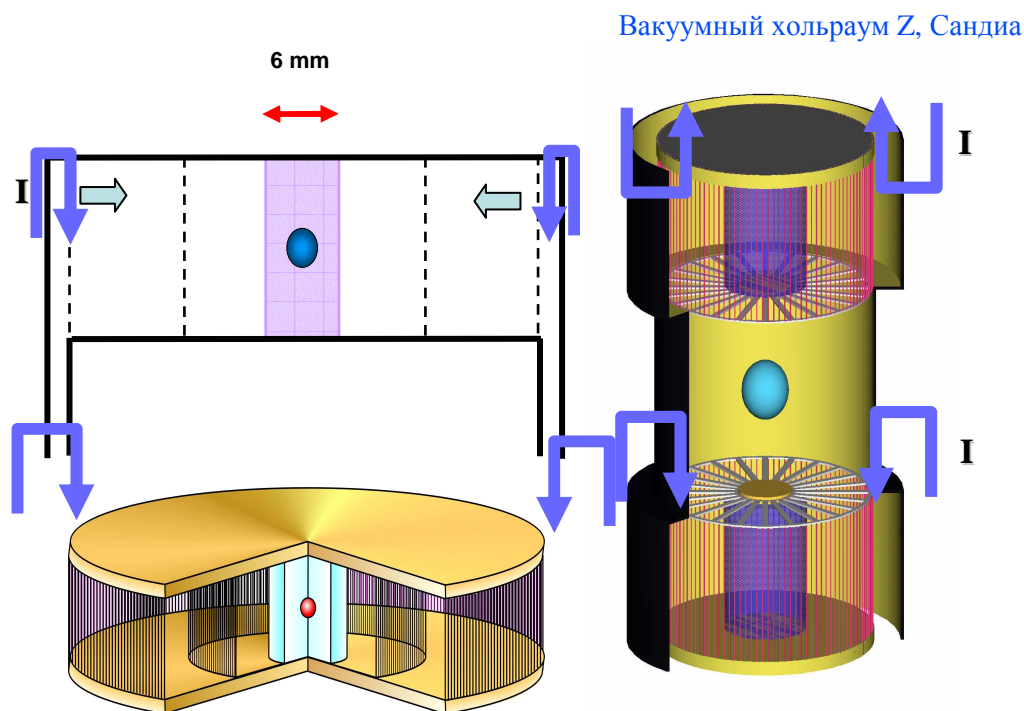


Рис. 9. - Схема сжатия мишени лайнерами.

Энергетика этих установок по ожиданиям достаточно для зажигания мишени с  $Q > 10$  (NIF) или для проведения экспериментов вблизи зажигания (ZR).



Рис. 10. - Установка Ангара-5-1.



### LIFE Science and Technology Challenges

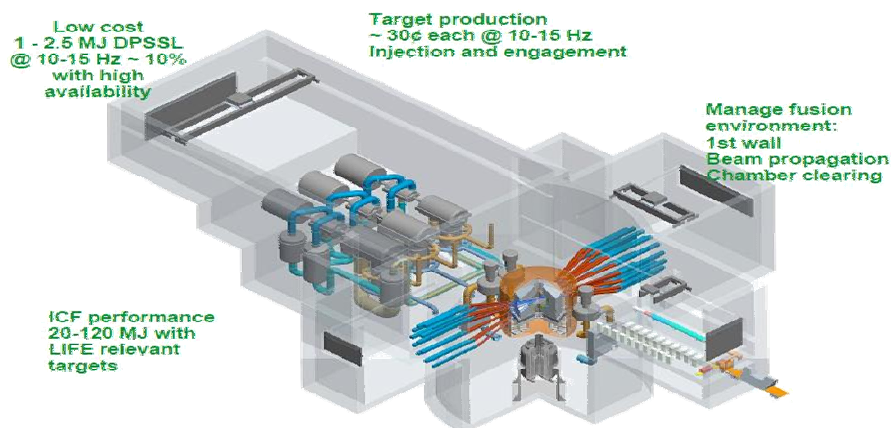


Рис. 11. - Схема термоядерной системы LIFE

### A reasonable extension of NIF leads to an attractive LIFE engine

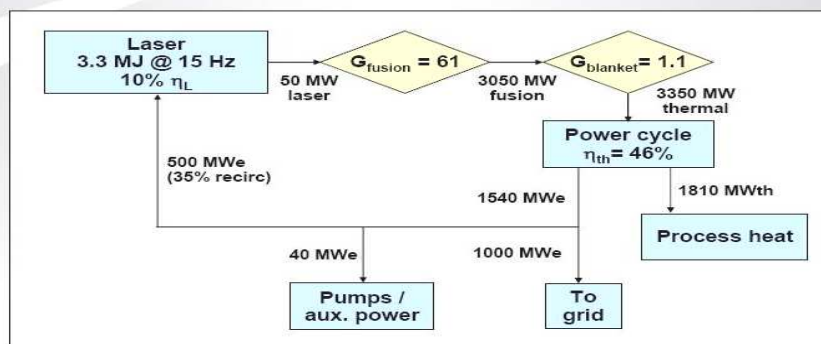


Рис. 12. - Блок-схема термоядерной системы LIFE

В Европе, России и Китае также строятся или подготавливаются проекты масштабных установок по лазерному и Z-пинчевому синтезу.

### The LIFE chamber uses a molten salt to achieve 38-57% thermal conversion efficiency

- Flinabe (33LiF + 33NaF + 33BeF<sub>2</sub>) used as primary coolant and tritium breeding material
- Flinabe has low viscosity and high heat capacity
- Compatible with ODS-FS and SiC-SiC materials
- Good corrosion control by running salt in reduced state
- Height supports natural convection in loss of flow
- Flinabe primary → flinak secondary → He or SCO<sub>2</sub>Brayton

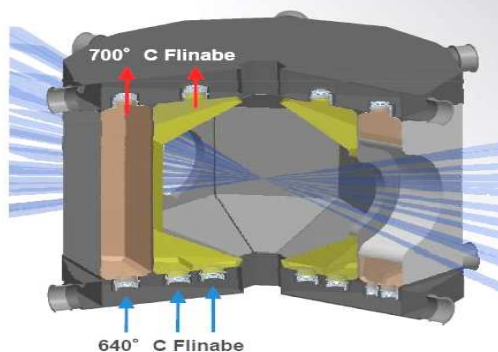


Рис. 13. - Схема выравнивания тепловой нагрузки по поверхности первой стенки

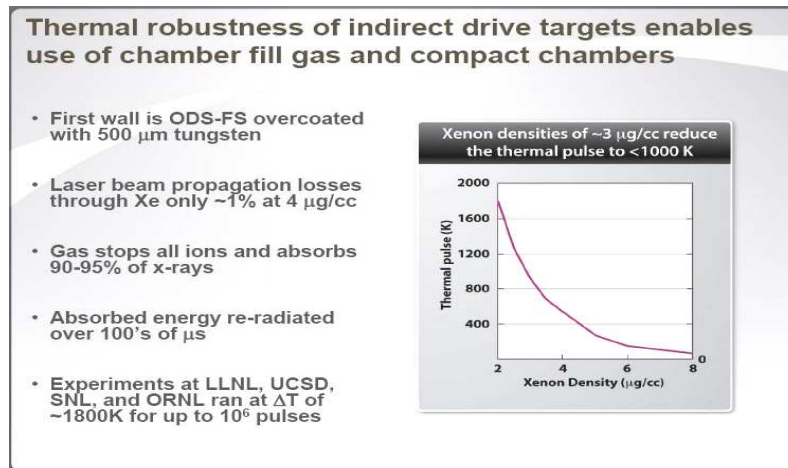


Рис. 14. - Схема заполнения камеры газом для снижения температуры первой стенки

Необходима формулировка энергетических возможностей инерционного удержания с учетом практической реализуемости.

- УТС с инерционным удержанием уже готов к зажиганию мишени с  $Q > 1 \div 10$  в ближайшие годы.
- В развитии технологии создания драйверов реакторного уровня, систем транспортировки и фокусировки на мишень достигнут значительный прогресс.
- Новые расчетные и экспериментальные результаты получены в разработке конструкций реакторных камер.
- Импульсно-периодический режим работы реактора, отсутствие обратной связи между мишенью и первой стенкой реактора и простота технологии являются потенциальными достоинствами реактора с инерционным удержанием.
- В настоящее время социо-политический фактор является основой поддержки УТС как с магнитным, так и с инерционным удержанием. Своевременный успех ITER и систем инерционного удержания предположительно расширит возможности УТС в энергетике.

## REACTOR CHAMBER FOR FAST IGNITION HEAVY ION FUSION

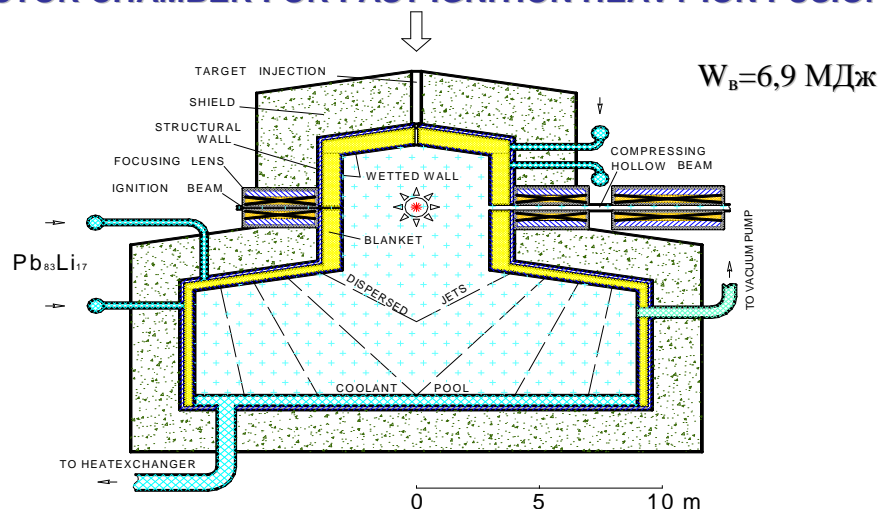


Рис. 15. - Реакторная камера для термоядерного синтеза с помощью пучков тяжелых ионов.

Дополнительным стимулом является ориентация на энергетику исследований по магнитному удержанию. По этой причине и в лазерном и в пинчевом подходах идет активный поиск новых схем использования повторяющихся взрывов мишени. Наиболее часто упоминаемыми являются схемы гибридных реакторов, кратко затронутые в докладе.

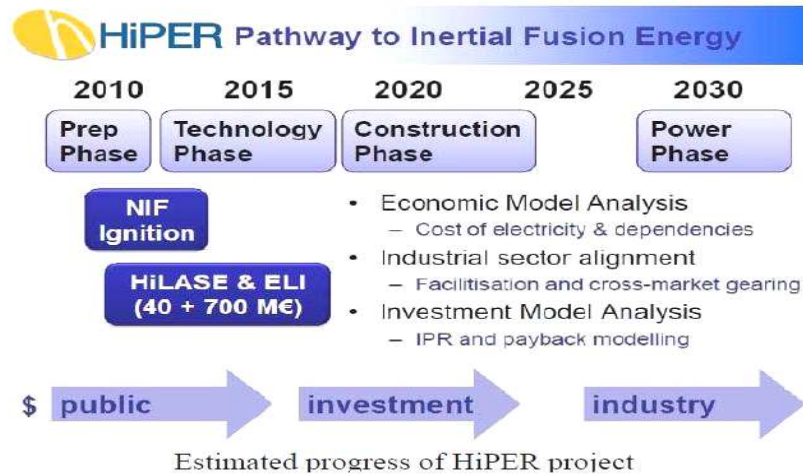


Рис. 16. - Схема развития термоядерной энергетики на основе инерциального удержания.

В течение последнего десятилетия в физике удержания плазмы в осесимметричных открытых ловушках был достигнут значительный прогресс.

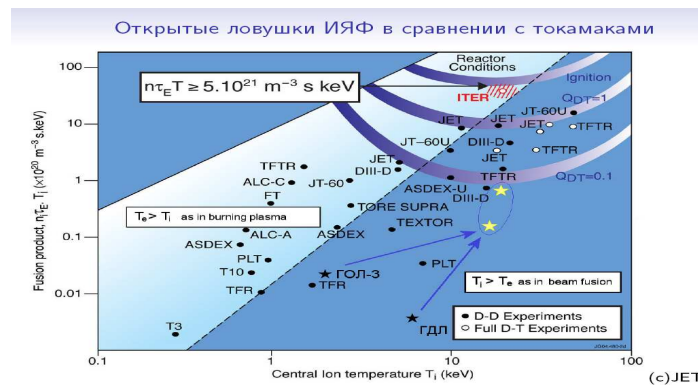


Рис. 17. - Сравнение открытых ловушек с токамаками.

На установке с гофрированным магнитным полем и турбулентным нагревом плазмы релятивистским электронным пучком (ГОЛ-3) был обнаружен эффект аномального рассеяния ионов, вытекающих из ловушки. Эффект многопробочного удержания (торможение пролётных ионов при взаимодействии с ионами, запертыми в гофрах поля), как оказалось, может быть достигнут при относительно небольшой плотности плазмы. Это делает его пригодным для улучшения продольного удержания в плазме с  $\beta < 1$ . Другое важное направление исследований – изучение удержания двухкомпонентной плазмы с плещущимися ионами на установке ГДЛ – также достигло существенного прогресса. Получено удержание плазмы с  $\beta \sim 0.6$  и электронной температурой порядка 200 эВ. В настоящее время обе установки ИЯФ достигли своих исходных целей, и необходимо сделать следующий шаг. Этот шаг должен быть общим

для двух направлений исследований, как из-за недостатка ресурсов, так и по причине естественной конвергенции обеих программ. Оказалось, что центральный пробкотрон с плещущимися ионами и большим  $\beta$  идеально подходит в качестве активной зоны с термоядерными реакциями, но имеет слабое место – плохое продольное удержание. Многопробочные системы, хотя и не обладают достаточным объемом плазмы и пределом по  $\beta$  но замечательно подавляют продольные потери и допускают нагрев с помощью электронных пучков – дешёвой альтернативы атомарному нагреву. Эти качества естественно дополняют друг друга.

Решено создать в ИЯФ СО РАН ловушку в виде большого пробкотрона (типа ГДЛ) с многопробочными участками по краям для подавления продольных потерь. Нагрев плазмы будет осуществляться как атомарной инжекцией, так и двусторонней инжекцией электронных пучков из расширителей вдоль магнитного поля. Конструкция будет максимально использовать детали и инфраструктуру от недостроенного проекта «Водородный Прототип». Принципиальная схема новой установки показана на Рис.18.

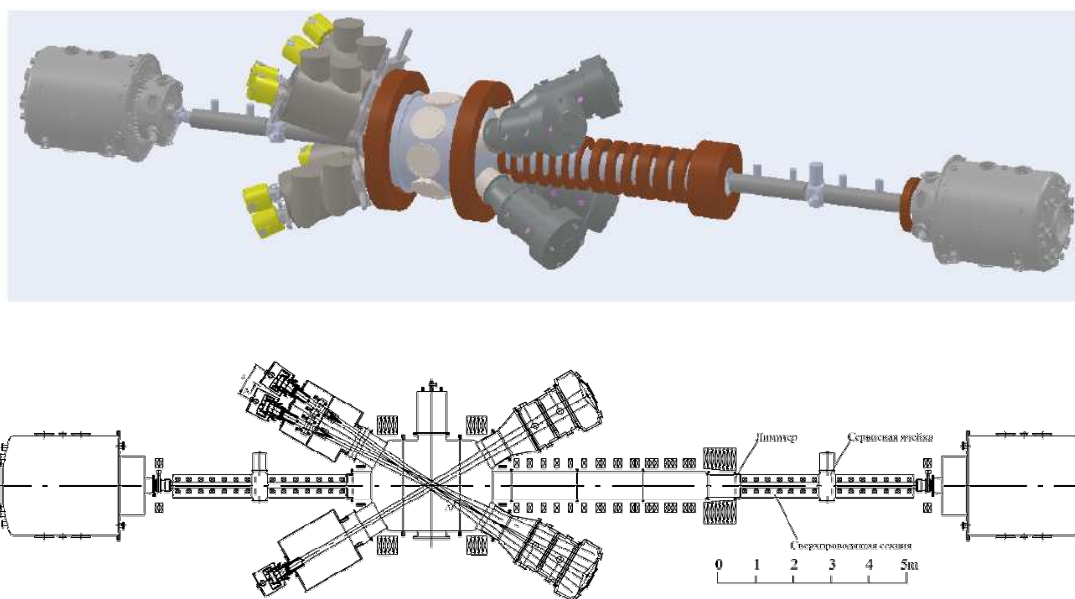


Рис.18. - Принципиальная схема многопробочной ГД ловушки.

Основные цели создания новой ловушки - достижение целей проекта ``Водородный прототип" - потока и плотности потока нейтронов ( $2 \text{ МВт/м}^2$  в пересчёте на DT); повышение эффективности генерации нейтронов  $Q_{\text{DT}} > 0.03$ , создание базы данных для проектирования ТЯ реактора с турбулентным продольным удержанием в многопробочных концевых секциях.

Параметры: длина центрального пробкотрона – 10 м, радиус плазмы – 10 см, плотность  $\sim 3 \cdot 10^{20} \text{ м}^{-3}$ , средняя энергия ионов – 20 кэВ, электронная температура  $> 400 \text{ эВ}$ , время разряда  $\sim 1 \text{ с}$ , мощность нагрева – по 10 МВт в атомарных и электронных пучках.

### Литература

1. Смирнов В.П. Инерционное удержание: статус, путь к энергетике. // Доклад на XXXVIII Международной Звенигородской конференции по физике плазмы и УТС (14-18 февраля 2011, Звенигород, Московская обл, Россия). Сборник абстрактов с. 7.
2. Ядерный синтез с инерционным удержанием. Современное состояние и перспективы для энергетики. / Под редакцией Б.Ю.Шаркова.–М.: “Физматлит”, 2005, 263с.
3. Smirnov V.P., Zakharov S.V. and Grabovskii E.V. // Pis'ma v JETPh, Vol. 81, No. 9, 2005, pp. 556–562.



4. Батищев О.В., Голота В.И., Карась В.И. и др. Линейный индукционный ускоритель зарядово-компенсированных ионных пучков для инерциального УТС. // Физика плазмы. 1993, т. 19, № 5, с. 611-645.
5. Yu S.S., Meier W.R., Abbott R.P. et al.. An Updated Point Design for Heavy Ion Fusion. // Lawrence Livermore National Laboratory preprint. UCRL-JC-150169-REV-1, 2002, 10 p.
6. Stygar W. A., et al. Design for Heavy Ion Fusion. // Phys. Rev. STAB. 2007. Vol. 10. 030401.
7. Medin S.A., et al. REACTOR CHAMBER FOR FAST IGNITION HEAVY ION FUSION.// NN HIPER 2009, Nizhniy Novgorod, 3-4 November, 2009.
8. Феоктистов Л.П. Гибридный ядерно-термоядерный реактор. // Препринт ИАЭ 4605/4 1988.

---



---

## ТЕРМОЯДЕРНИЙ СИНТЕЗ: СУЧАСНИЙ СТАН ТА ПЕРСПЕКТИВИ ЕНЕРГЕТИКИ

В. І. Карась

*Наведено огляд сучасного стану проблеми термоядерного синтезу та обговорені перспективи створення термоядерної енергетики.*

## NUCLEAR FUSION: MODERN STATE AND PROSPECTS POWER ENGINEERING

V. I. Karas`

*Presented a review of a modern state of a nuclear fusion problem and discussed the prospects of a nuclear fusion engineering.*